移动式反应堆运输安全风险评价

闫锋哲，赵　强，刘佳玲，朱治钢，张复彤
中国核电工程有限公司 北京 100840

摘要　[目的] 为解决现有移动式反应堆的研发水平不能满足 GB11806-2019《放射性材料安全运输规程》的相关要求，无法在国内的监管体系下取得运输许可的问题，**[方法]** 本研究根据美国联邦法规 10CFR71§12 条款的相关要求对移动式反应堆在运输中可能遇到的事故种类进行梳理，并以事故后果最为严重的与油罐车发生撞击作为设计基准事故，对假定功率为 20MWt 的移动式反应堆在设计基准事故下的事故风险进行计算。**[结果]** 计算得出移动式反应堆在每年运输一次的条件下设计基准事故的发生概率为 9.7×10^{-6}/年，反应堆冷却 1 年后在设计基准事故下对工作人员的辐照剂量为 810mSv；冷却 5 年后在设计基准事故下对工作人员的辐照剂量为 590mSv。**[结论]** 设计基准事故下移动式反应堆的事故后果远超过 SSG-26《Advisory Material for the IAEA Regulations For the Safe Transport of Radioactive Material》和 GB18871《电离辐射防护与辐射源安全标准》对工作人员受到的辐照剂量限值，并且设计基准事故的发生概率没有满足我国超设计基准事故 10^{-7}/年的筛选要求。因此有必要在移动式反应堆运输过程中采取包括武装押运和路线规划在内的管理措施以降低设计基准事故的概率并采取相应的防护措施缓解设计基准事故后果以满足核安全部门的监管要求。

关键词　移动式反应堆；反应堆运输；事故分析；辐射安全
中图分类号　TL7333

Safety Risk Assessment of Microreactor Transportation

YAN Fengzhe, ZHANG Liying, ZHAO Qiang, LIU Jialing, ZHANG Futong
China Nuclear Power Engineering Co., LTD., Beijing 100840, China

Abstract　[Objective] In order to solve the problem that the existing R&D level of mobile reactors cannot meet the relevant requirements of the GB11806-2019 Regulations for the Safe Transport of Radioactive Materials, and cannot obtain transportation permits under the domestic regulatory system, **[Method]** In this study, according to the relevant requirements of 10 CFR 71 and §12 of the United States, the types of accidents that may be encountered in the transportation of mobile reactors were sorted out, and the most serious accident impact with the tanker truck was used as the design benchmark accident. The accident risk of a mobile reactor with an assumed power of 20 MWt under the design baseline accident is calculated. **[Result]** It was calculated that the probability of the design benchmark accident of the mobile reactor was 9.7×10-6/year under the condition of annual transportation, and the irradiation dose to the staff under the design benchmark accident after the reactor was cooled for one year was 810mSv. After 5 years of cooling, the radiation dose to workers under the design baseline accident was 590 mSv. **[Conclusion]** The accident consequences of mobile reactors under the design benchmark accident far exceed the irradiation dose limits for workers in SSG-26 Advisory Material for the IAEA Regulations For the Safe Transport of Radioactive Material and the GB18871 Safety Standards for Protection against Ionizing Radiation and Radiation Sources. Moreover, the probability of occurrence of design benchmark accidents does not meet the screening requirements of 10-7 years of over-design benchmark accidents in China. Therefore, it is necessary to take management measures, including armed escort and route planning, during the transportation of mobile reactors, to reduce the probability of design baseline accidents, and take corresponding protective measures to mitigate the consequences of design baseline accidents to meet the regulatory requirements of the nuclear safety department.

第一作者：闫锋哲，男，1993 年出生，216 年于华北电力大学获学士学位，研究领域核电厂总体设计
通讯作者：闫锋哲，E-mail: 18800135173@163.com
收稿日期：20XX-00-00，修回日期：20XX-00-00

Key words transportable reactor; transportation of reactor; accident analysis; radiation safety

移动式反应堆是一种功率不超过 10MW 的微型反应堆，采用模块化设计，具有功率较小、安全性较高、可通过公路进行运输、选址灵活等特点，可以为主干电网难以覆盖的偏远地区提供能源，对摆脱传统化石燃料依赖，解决能源补给困难等问题具有重要的意义[1]。

在现有的监管体系下，移动式反应堆的运输需要满足 GB11806-2019《放射性物品安全运输规程》的相关要求。然而 GB11806 主要是针对放射性材料运输容器的设计制定的，其对放射性材料运输容器事故工况下的验收要求是：运输容器在发生 9m 自由跌落试验、1m 贯穿试验、800℃的火烧试验以及水浸没试验等较为严苛的事故条件下放射性材料不发生临界以及从运输容器外漏的放射性材料不超过规定的限值等[2]。

对于放射性材料运输容器来说，其设计的主要目标就是确保放射性材料在运输中遇到 GB11806 中的极端事故时不对公众和工作人员造成严重的放射性后果。而移动式反应堆研发设计的主要目标是为主干电网难以覆盖的偏远地区提供能源，很难在兼顾经济性、可运输性和保障电力供应的同时满足 GB11806 中对放射性材料运输容器在事故条件下的验收要求[3]。

针对上述监管问题，在美国联邦法规 10 Code Federal Regulations 71《Packaging and Transportation of Radioactive Material》的§12 条款中提出了一个可行的豁免方案：如果通过事故风险评价的方法证明移动式反应堆的运输不会危及公众健康，并且运输中的事故风险水平不高于美国核管会（Nuclear Regulatory Commission）对核电厂等设施事故风险的监管要求，即可批准本次运输[4~6]。

移动式反应堆的事故风险评价与传统核电厂相比有较大的差异：固定厂址核电厂的事故风险主要来自于核电厂内部的设备失效、人员误操作以及核电厂厂址的一些外部事件。而移动式反应堆在运输过程中，由于反应堆处于停堆状态，反应堆内部的系统和设备处于较为稳定的状态，不会因为反应堆内部的故障导致较为严重的事故发生。移动式反应堆的事故风险主要来源于车辆运输路线中的交通事故和自然灾害。对于移动式反应堆的运输风险评价可以从移动式反应堆运输过程中可能发生的事故种类、事故的发生频率以及事故后果三方面开展研究。

1 移动式反应堆运输事件树以及设计基准事故的选择

移动式反应堆运输的事故风险评价首先应提出移动式反应堆运输的事件树。从本质上来讲，移动式反应堆在运输中的事故选取属于交通运输领域的研究范畴。目前国内在交通运输事故统计方面开展的工作较少，无法满足移动式反应堆运输的事故风险研究的需求。美国核管会从上世纪 70 年代开始为了确保乏燃料的安全运输，开始通过对交通事故数据来对乏燃料运输容器的运输风险进行分析，并将分析结果体现在了 NUREG-0170（FINAL ENVIRONMENTAL STATEMENT ON THE TRANSPORTATION OF RADIOACTIVE MATERIAL BY AIR AND OTHER MODES）报告中。后来随着统计数据和研究方法的不断更新，又先后出版了 NUREG-4129、NUREG-6672 和 NUREG-2125 分析报告，其中 NUREG-2125 是美国在 2014 年以后在乏燃料运输风险研究领域出版的最新报告。移动式反应堆的运输与乏燃料容器的运输具有高度的一致性，移动式反应堆运输事故的事件树可以参照 NUREG-2125 报告中卡车运输事件树来进行，见图 1-1[7]。

事故类型	事故起因	撞击后果	事故概率
	与火车发生撞击		8.20E-04
与移动物体发生撞击	与油罐车发生撞击		2.46E-03
	与其他车辆发生撞击		7.69E-01
	与行人和动物等物体发生撞击		4.76E-02
		撞击到坚硬的岩石上	3.45E-06

卡车事故	与固定物体发生撞击	桥梁事故	从桥上跌落	撞击到柔软的沙滩上	3.18E-06
				撞击到其他种类的泥土上	5.65E-05
				撞击到公路或者铁路上	5.39E-06
				坠入水中	6.22E-07
			与桥墩发生撞击	大型桥墩	1.00E-04
				小型桥墩	3.29E-03
		撞到墙面上			5.40E-04
		与其他物体发生撞击（树和信号灯等）			3.43E-02
		发生打滑掉进沟里			1.32E-02
		在堤坝或者斜坡上发生事故		撞击到坚硬的岩石上	1.40E-04
				撞击到柔软的沙滩上	1.20E-04
				撞击到其他种类的泥土上	2.22E-03
	非撞击类事故	火灾/爆炸			6.30E-03
		其他非撞击类事故（抢劫、侧翻和机械故障等）			1.20E-01

图 1-1 卡车运输事件树

Fig1-1 Truck transportation event tree

与此同时 SSG-26 附录 I.32 提出，对于 A 型包装来说，最严重的事故环境是严重机械损坏和火灾的组合。在图 1-1 中的所有事故中，与油罐车相撞既涉及到移动式反应堆与重型车辆发生碰撞，又涉及到大量易燃材料引起的高温和火灾，因此可以认为该事故是移动式反应堆在运输中最为极端的事故[8]。与重型车辆发生碰撞可能会使反应堆密封装置发生严重损坏，火灾引起的高温也会使密封材料发生失效，从而导致放射性物质的泄露。选择与油罐车相撞作为移动式反应堆运输风险评价的设计基准事故，在移动式反应堆事故中具有一定的代表性，可以满足事故风险评价的需求。

2 移动式反应堆运输事故风险评价

对于与油罐车发生撞击的事故评价可以从事故发生的概率以及事故后果两个角度进行分析。本文主要基于美国交通运输的统计数据以及美国太平洋西北国家实验室发布的源项数据对移动式反应堆的事故风险进行评价。

2.1 设计基准事故概率

在移动式反应堆的运输过程中与油罐车发生撞击的概率可通过以下公式进行计算：

$$P=L\times P_1\times P_2$$

其中 L 为假想运输路线的长度，单位：km；P_1为卡车在运输过程中发生事故的概率，单位：次/km；P_2为与油罐车相撞在所有卡车事故中所占的份额。假想运输路线的长度可以选择美国移动式反应堆的假想运输路线：从爱达荷州爱达荷国家实验室到新墨西哥州白沙导弹试验场，长度为 2074.4 公里；在 NUREG-2125 中，卡车在运输过程中发生事故的概率P_1暂定为 1.9×10^{-6}/公里，与油罐车相撞在所有卡车事故中所占的份额P_2暂定为 2.46×10^{-3}。通过计算得知移动式反应堆在每一次的运输过程与油罐车发生撞击的概率为 9.7×10^{-6}/年[9]。

2.2 设计基准事故初始源项

在移动式反应堆事故分析中，本文选取的初设源项是美国太平洋西北国家实验室发布的功率为20MWt，选用高纯度低浓缩的（HALEU）UCO TRISO 作为核燃料的移动式反应堆在满功率运行 3 年，冷却 1 年和冷却 5 年以后反应堆中剩余的裂变产物。放射性活度大于 3.7GBq 的反应堆裂变产物如表 2-1 所示。这些裂变产物共包括 49 种，其总活度占反应堆所有裂变产物总活度的 99%以上[10]。

表 2-1 移动式反应堆中放射性核素源项分布

Tab 2-1 Distribution of radionuclide sources in mobile reactors

放射性核素	**停堆冷却 1 年(GBq)**	**停堆冷却 5 年 (GBq)**
Ag-110	2.15E+02	3.74E+00
Ag-110m	1.58E+04	2.75E+02
Am-241	5.74E+03	1.78E+04
Am-242	1.45E+02	1.42E+02
Am-242m	1.46E+02	1.43E+02
Am-243	3.29E+02	3.29E+02
Ba-137m	3.16E+06	2.89E+06
Cd-113m	5.85E+00	4.77E+00
Ce-144	1.26E+07	3.61E+05
Cm-242	1.96E+05	5.11E+02
Cm-243	3.03E+02	2.75E+02
Cm-244	4.66E+04	4.00E+04
Cm-245	5.22E+00	5.22E+00
Cs-134	2.88E+06	7.55E+05
Cs-135	2.32E+01	2.32E+01
Cs-137	3.34E+06	3.05E+06
Eu-152	1.92E+02	1.57E+02
Eu-154	1.14E+05	8.25E+04
Eu-155	6.36E+04	3.56E+04
H-3	1.40E+04	1.12E+04
Kr-85	3.37E+05	2.60E+05
Nb-93m	7.84E+00	1.68E+01
Np-237	8.95E+00	8.95E+00
Np-239	3.29E+02	3.29E+02
Pa-233	8.92E+00	8.99E+00
Pm-147	4.44E+06	1.54E+06
Pr-144	1.26E+07	3.61E+05
Pr-144m	1.21E+05	3.46E+03
Pu-238	8.03E+04	7.84E+04
Pu-239	4.48E+03	4.48E+03
Pu-240	6.66E+03	6.66E+03

Pu-241	2.08E+06	1.71E+06
Pu-242	4.11E+01	4.11E+01
Rh-106	3.96E+06	2.59E+05
Ru-106	3.96E+06	2.60E+05
Sb-125	1.42E+05	5.18E+04
Sb-126m	5.77E+00	5.77E+00
Sm-151	1.28E+04	1.24E+04
Sn-119m	1.51E+03	4.81E+01
Sn-121	3.77E+02	3.53E+02
Sn-121m	4.85E+02	4.55E+02
Sn-126	5.77E+00	5.77E+00
Sr-90	2.85E+06	2.59E+06
Tc-99	4.66E+02	4.66E+02
Te-125m	3.46E+04	1.27E+04
U-236	1.34E+01	1.34E+01
U-237	5.11E+01	4.18E+01
Y-90	2.86E+06	2.60E+06
Zr-93	6.59E+01	6.59E+01

2.3 事故后空气释放分数等参数的选择

在美国能源部2013年发布的报告《AIRBORNE RELEASE FRACTIONS/RATES AND RESPIRABLE FRACTIONS FOR NONREACTOR NUCLEAR FACILITIES》（DOE-HDBK-3010-94）中提出，对于移动式反应堆和放射性材料运输等非固定厂址核设施发生事故后，工作人员或公众吸入过量的放射性核素是事故的主要后果，释放到空气中的放射性核素源项可以通过以下公式及进行计算：

$$\text{释放的源项} = MAR \times DR \times ARF \times RF \times LPF$$

式中MAR（Material at Risk）为初始源项；DR（Damage Ratio）为由事故导致的燃料损坏率；ARF（Airborne Release Fraction）为燃料破损后漂浮在空气中的放射性核素份额；RF（Respirable Fraction）为以颗粒形式悬浮在空气中，可以通过空气传输并吸入人体呼吸系统的放射性核素份额；LPF（Leak Path Factor）为空气中悬浮的可以通过某种限制沉积或过滤机制传输或者泄露的放射性核素份额[11,12]。

在DR燃料损坏率、ARF空气释放分数、RF可吸入分数和LPF泄漏路径因子四项因子中，DR燃料损坏率的取值为0.1%，根据是在美国能源部于2002年和2008年对TRISO燃料进行的60~90mph撞击试验中，约有不到0.1%的TRISO燃料在撞击中发生失效，考虑到TRISO燃料本身具有较强的耐高温特性，火灾不会额外导致TRISO燃料发生失效，将DR定为0.1%具有一定的保守性[13~15]；

对于LPF泄露途径因子的选取，气态放射性产物则直接认为全部释放到空气中，固态放射性产物则考虑到在堆芯的设计中，需要确保压力容器等结构的损坏不能导致堆芯裸露在大气中，暂定固态放射性产物的LPF泄漏途径影子为10%；

对于事故造成的APF空气释放分数和RF可吸入分数可以从冲击应力和热应力两个角度去分析，固态放射性产物（Y-90、Sr-90和Cs-137等）可以直接参考DOE-HDBK-3010-94或者NUREG-6410中与热应力和冲击应力相关的实验数据（本文参考的是DOE-HDBK-3010-94报告的4.4.3.3.2小节和5.3.1小节）[16,17]，对于气态放射性产物的则直接认为所有的其他放射性产物全部释放到大气中，如表2-2所示。

表2-2 事故中燃料损坏率和空气释放分数等参数的选取

Tab2-2 Selection of parameters such as fuel damage rate and air release fraction in an accident

应力类别	DR燃料损坏率	ARF空气释放分数	RF可吸入分数	LPF泄漏路径因子
固体放射性核素（Y-90、Sr-90-Cs-137等）				
冲击应力	DR=1E-3	ARF= 1E-02	RF= 2E-1	LPF=5E-2
热应力	DR=1E-3	ARF= 6E-03	RF= 1E-02	LPF=5E-2
气体放射性核素（Kr-85、H-3）				
热应力/冲击应力	DR=1E-3	ARF=1	RF=1	LPF=1

2.4 事故后辐照剂量的计算

设计基准事故后，工作人员可能会由于辐射屏蔽装置受损而直接受到反应堆辐照剂量，但是对工作人员直接受到的辐射剂量进行评估存在较大不确定性，原因在于：

1）不同的反应堆堆芯和辐射屏蔽装置的结构设计在事故后对工作人员的辐照剂量可能会有巨大的差异；

2）美国BWXT公司曾根据乏燃料运输容器（10CFR71）的要求对移动式反应堆开展穿刺和跌落试验，在穿刺试验中反应堆压力容器和辐射屏蔽装置能在实验中保持结构的完整，没有出现开裂等情况；在跌落试验中，反应堆压力容器和辐射屏蔽装置等都受到了较大程度的损坏，出现了开裂等情况，但是其结构仍然在很大程度保持完成，对反应堆辐射的屏蔽功能没有受到较大的影响。与反应堆的直接辐射相比，从反应堆堆芯和压力容器开裂处泄露出的放射性物质对工作人员的危害性更强。因此本文没有对事故后工作人员受到的直接辐射开展研究，本文主要围绕事故后从堆芯和压力容器开裂处泄露的放射性物质开展分析和计算。

2.4.1 外照射

设计基准事故下从堆芯和压力容器开裂处泄露的放射性物的危害主要分为对工作人员造成的外照射以及被工作人员吸入到体内引起的内照射。

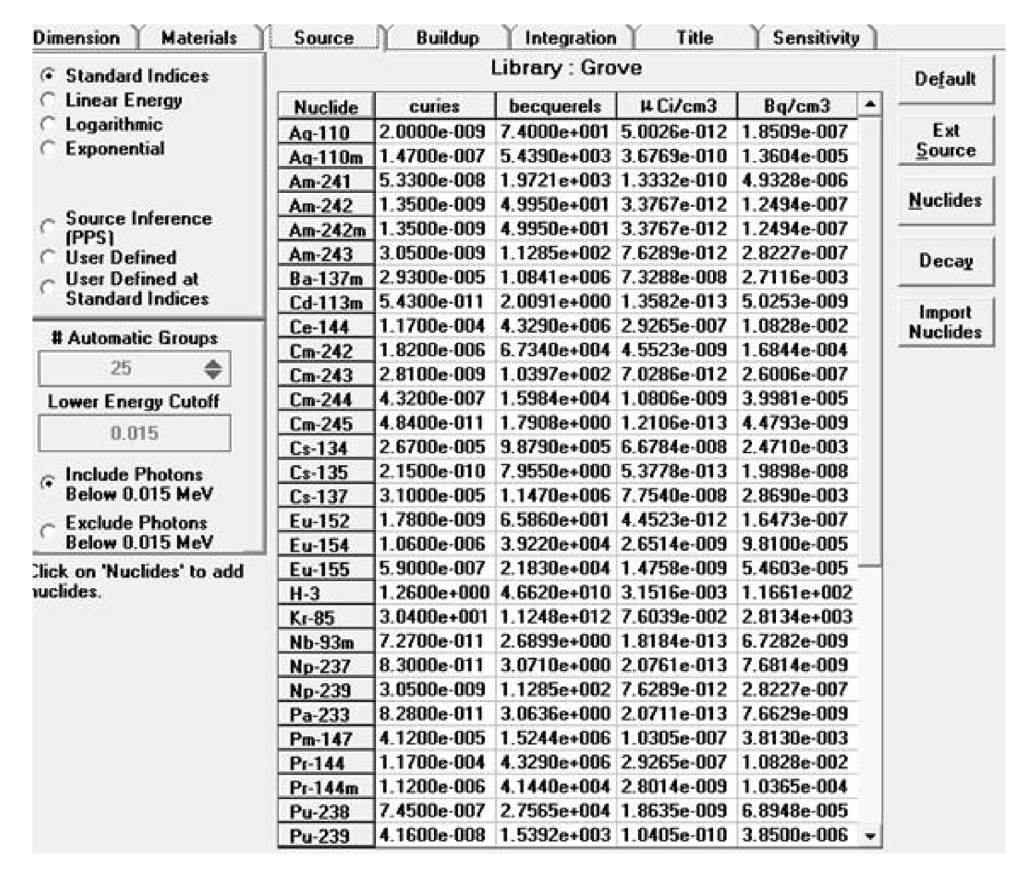
其中放射性核素对工作人员造成的外照射是通过MicroShield软件进行计算的。计算中使用的假定条件来源于SSG-26附录I.9(c)和I.34，假定工作人员与事故地点的距离为1m，工作人员在事故地点的停留时间是30min，事故后泄露的放射性物质传播的空间为300m^3。通过MicroShield计算分析得到设计基准初始时刻工作受到的辐照剂量如图2.4-1所示，30min后工作人员受到的外辐照剂量如表2.4-1所示。

表2-3 设计基准事故后工作人员受到的外照射

Tab2-3 External exposure to workers after design base accident

冷却时间	工作人员受到的外辐照
冷却1年后	3.66E-03mSv
冷却5年后	2.81E-03mSv

在所有泄露的放射性核素中，与其他固态放射性放射性核素颗粒相比，由于惰性气体Kr-85和放射性气体H-3等占绝对多数，所以设计基准事故后工作人员受到的外辐照剂量处在较低的水平。



Nuclide	curies	becquerels	μCi/cm3	Bq/cm3
Ag-110	2.0000e-009	7.4000e+001	5.0026e-012	1.8509e-007
Ag-110m	1.4700e-007	5.4390e+003	3.6769e-010	1.3604e-005
Am-241	5.3300e-008	1.9721e+003	1.3332e-010	4.9328e-006
Am-242	1.3500e-009	4.9950e+001	3.3767e-012	1.2494e-007
Am-242m	1.3500e-009	4.9950e+001	3.3767e-012	1.2494e-007
Am-243	3.0500e-009	1.1285e+002	7.6289e-012	2.8227e-007
Ba-137m	2.9300e-005	1.0841e+006	7.3288e-008	2.7116e-003
Cd-113m	5.4300e-011	2.0091e+000	1.3582e-013	5.0253e-009
Ce-144	1.1700e-004	4.3290e+006	2.9265e-007	1.0828e-002
Cm-242	1.8200e-006	6.7340e+004	4.5523e-009	1.6844e-004
Cm-243	2.8100e-009	1.0397e+002	7.0286e-012	2.6006e-007
Cm-244	4.3200e-007	1.5984e+004	1.0806e-009	3.9981e-005
Cm-245	4.8400e-011	1.7908e+000	1.2106e-013	4.4793e-009
Cs-134	2.6700e-005	9.8790e+005	6.6784e-008	2.4710e-003
Cs-135	2.1500e-010	7.9550e+000	5.3778e-013	1.9898e-008
Cs-137	3.1000e-005	1.1470e+006	7.7540e-008	2.8690e-003
Eu-152	1.7800e-009	6.5860e+001	4.4523e-012	1.6473e-007
Eu-154	1.0600e-006	3.9220e+004	2.6514e-009	9.8100e-005
Eu-155	5.9000e-007	2.1830e+004	1.4758e-009	5.4603e-005
H-3	1.2600e+000	4.6620e+010	3.1516e-003	1.1661e+002
Kr-85	3.0400e+001	1.1248e+012	7.6039e-002	2.8134e+003
Nb-93m	7.2700e-011	2.6899e+000	1.8184e-013	6.7282e-009
Np-237	8.3000e-011	3.0710e+000	2.0761e-013	7.6814e-009
Np-239	3.0500e-009	1.1285e+002	7.6289e-012	2.8227e-007
Pa-233	8.2800e-011	3.0636e+000	2.0711e-013	7.6629e-009
Pm-147	4.1200e-005	1.5244e+006	1.0305e-007	3.8130e-003
Pr-144	1.1700e-004	4.3290e+006	2.9265e-007	1.0828e-002
Pr-144m	1.1200e-006	4.1440e+004	2.8014e-009	1.0365e-004
Pu-238	7.4500e-007	2.7565e+004	1.8635e-009	6.8948e-005
Pu-239	4.1600e-008	1.5392e+003	1.0405e-010	3.8500e-006

图 2-1 事故初始时刻释放源项

Fig2-1 Radioactive sources of the accident initial moment

2.4.2 内照射

对于设计基准事故后工作人员受到的内照射，首先应确定事故后工作人员摄入放射性核素的因子。SSG-26附录I.34中提出：使用10^{-4}~10^{-3}作为摄入因子是基于包括室内和室外在内的一系列放射性核素泄露的事故场景进行考虑的。对于发生在户外的事故，假定下风距离为100m，稀释因子为$7\times10^{-4}s/m^3$～$1.7\times10^{-2}s/m^3$,对于一个呼吸速率为$3.3\times10^{-4}m^3/s$的成年人，其摄入因子约为2.3×10^{-7}到5.6×10^{-6}，附录I.35中提出如果将下风距离从100m缩短到10m，那么附录I.34提出的摄入因子数值将增加30倍。经计算，附录I.34中的摄入因子增加30倍为6.9×10^{-6}到1.68×10^{-4}，但是考虑附录I.9和I.11中提出假定事故发生时工作人员距离事故的发生地点为1m以及气候的不确定性，为了使计算结果更加保守，本文将事故后工作人员的摄入因子定为SSG-26中取值的上限10^{-3}。

在确定摄入因子后，本文根据GB18871中的附表3对事故后泄露的放射性核素造成的内照射进行计算，计算结果：为反应堆运行3年冷却1年后在设计基准事故下对工作人员的内辐照剂量为810mSv；反应堆运行3年冷却5年后在设计基准事故下对工作人员的内辐照剂量为593mSv。

3 结论

计算结果表明：1）在满功率运行后延长移动式反应堆的冷却时间可以有效降低反应堆中裂变产物的活度，从而降低事故后对工作人员的辐照剂量；2）设计基准事故下移动式反应堆的事故后果远超过SSG-26《Advisory Material for the IAEA Regulations For the Safe Transport of Radioactive Material》和GB18871《电离辐射防护与辐射源安全标准》对工作人员受到的辐照剂量限值，并且设计基准事故的发生概率没有满足我国超设计基准事故10^{-7}/年的筛选要求，因此有必要在移动式反应堆运输过程中采取包括武装押运和路线规划在内的管理措施以降低设计基准事故的概率并采取相应的防护措施降低事故后工作人员受到的辐照剂量以满足核安全部门的监管要求。

考虑到本文中设计基准事故的发生概率的统计数据来源于国外，发生概率的计算结果能否得到国内监管部门的认可存在较大的不确定性，在未来本文计划根据国内的相关数据对设计基准事故的事故风险进行评价以进一步满足国内相关研究单位和监管部门的审查需求。

参考文献

[1] 赵阳，李达维，张昌芳. 美军移动微型核反应堆建设发展及军事影响[J]. 国防科技, 2023(2)：44-1.

[2] 生态环境部, 国家市场监督管理总局. 放射性材料安全运输规程:GB11806-2019[S]. 北京:中国环境出版社, 2019.

[3] Maheras Steve, Adkins Harold. Documentation of Applicable Regulations and Regulatory Authority for Microreactor Transportation[R]. Pacific Northwest National Laboratory, Washington, D.C., 2020.

[4] United States Nuclear Regulatory Commission. Packaging and Transportation of Radioactive Material:10CFR71[S]. Washington, D.C.: Office of the Federal Register, 2022.

[5] COLES Garill, SHORT Steven. Proposed Risk-Informed Regulatory Framework for Approval of Microreactor Transportation Packages[R]. Pacific Northwest National Laboratory, Washington, D.C., August 2021.

[6] COLES Garill, SHORT Steven, et al. Risk-Informed Approach for Regulatory Approval of Microreactor Transport[R]. Pacific Northwest National Laboratory, Washington, D.C., 2022.

[7] United States Nuclear Regulatory Commission. Spent Fuel Transportation Risk Assessment: NUREG-2125[R]. Office of Nuclear Materials Safety and Safeguards, Washington, D.C., 2014.

[8] International Atomic Energy Agency. Advisory Material for the IAEA Regulations For the Safe Transport of Radioactive Material(2018 Edition):SSG-26, [S]. Vienna: IAEA, 2018.

[9] G.A Coles, P.P. Lowry, et al. Development and Demonstration of a Risk Assessment Approach for Approval of a Transportation Package of a Transportable Nuclear Power Plant for Domestic Highway Shipment[R]. Richland, Washington, D.C.: Pacific Northwest National Laboratory, 2023.

[10] G.A Coles, P.P. Lowry, et al. Parametric Study of Factors that Affect Calculated Dose from TRISO Fueled Microreactor Transportation Accident[R]. Richland, Washington, D.C.: Pacific Northwest National Laboratory, 2022.

[11] United States Department of Energy. Airborne Release Fractions/Rates and Respirable Fractions for Nonreactor Nuclear Facilities[R]. Department of Energy, Washington, D.C., 2013.

[12] United States Nuclear Regulatory Commission. Nuclear Fuel Cycle Facility Accident Analysis Handbook: NUREG-6410[R]. Office of Nuclear Materials Safety and Safeguards, Washington, D.C., 1998.

[13] United States Department of Energy. Final Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain[R]. Office of Civilian Radioactive Waste Management, Nye County, Nevada, 2002.

[14] United States Department of Energy. Final Supplemental Environmental Impact Statement for a Geologic Repository for the Disposal of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste at Yucca Mountain[R]. Office of Civilian Radioactive Waste Management, Nye County, Nevada, 2008.

[15] United States Department of Energy. Draft Global Nuclear Energy Partnership Programmatic Environmental Impact Statement.[R]. Office of Civilian Radioactive Waste Management, Nye County, Nevada, 2008.

[16] Langer G. Simulated Seismic Event Release Fraction Data[R]. Rockwell International Corp., Golden, CO(United States), 1987.

[17] Mishima J, Schwendiman L C, Radasch C A. Plutonium Release Studies. III. Release From heated Plutonium Beaning Powders[R]. Battelle Pacific Northwest Labs., Richland, WA(United States), 1968.

[18] 国家质量监督检验检疫总局. 电离辐射防护与辐射源安全基本标准：GB 18871-2002[S].

[19] 国家核安全局. 核电厂厂址选择的外部人为事件：HAD101/04-1989[S]. 北京：中国法治出版社, 2019.

第一作者：闫锋哲，男，1993 年出生，216 年于华北电力大学获学士学位，研究领域核电厂总体设计
通讯作者：闫锋哲，E-mail: 18800135173@163.com
收稿日期：20XX-00-00，修回日期：20XX-00-00